



УДК 621.039

ПОЛУЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ СВОЙСТВ ГОМОГЕННЫХ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ

PRODUCTION OF RADIOACTIVE ISOTOPES IN NUCLEAR RESEARCH REACTOR FOR EXPERIMENTAL STUDIES OF THE PROPERTIES OF HOMOGENEOUS RADIATION-SHIELDING MATERIALS

Русских Иван Михайлович, главный инженер АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловской обл., аспирант, каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: ivan_rusских1982@mail.ru, Тел.: +7(34377) 3-50-00

Ташлыков Олег Леонидович, кан-т. техн. наук, доцент каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: otashlykov@list.ru. Тел.: +7(343)375-97-37

Ivan M. Russkikh, Chief Engineer JSC «Institute of Nuclear Materials» Zarechny, Sverdlovsk reg., Graduate student, Department «Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira street, 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: ivan_rusских1982@mail.ru. Ph.: +7(34377) 3-50-00

Oleg L. Tashlykov, Cand. Sci., Associate professor, Department «Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira str., 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: otashlykov@list.ru. Ph.: +7(343)375-97-37

Аннотация: Приведено обоснование необходимости верификации результатов расчетного определения состава гомогенных радиационно-защитных материалов для планируемых условий облучения. Описана технология получения радиоактивных изотопов на исследовательском ядерном реакторе для экспериментального определения защитных свойств РЗМ. Приведены характеристики мишеней и полученных радиоактивных изотопов. Описана установка для проведения измерений кратности ослабления гамма-излучения радиоактивных источников образцами радиационно-защитных материалов.

Abstract: The substantiation of the need to verify the results of the calculation determination of homogeneous composition of radiation-shielding materials for the intended irradiation conditions. The technology of production of radioactive isotopes in the nuclear research reactor for the experimental determination of the protective properties of rare-earth metals is described. The characteristics of the targets and the produced radioactive isotopes are given. A facility for the measurement of multiplicity attenuation of gamma radiation from radioactive sources, samples of radiation-shielding materials is described.

Ключевые слова: оптимизация радиационной защиты; гомогенный радиационно защитный материал; кратность ослабления; исследовательский ядерный реактор; радиоактивный изотоп.

Key words: radiation protection optimization; homogenous radiation protective material; frequency rate of weakening; research nuclear reactor; radioactive isotope.

ВВЕДЕНИЕ

С 2011 г. специалистами УрФУ и АО «Институт реакторных материалов» ведутся комплексные работы по расчетному и экспериментальному исследованию защитных свойств гомогенных

радиационно-защитных материалов серии Абрис РЗ, производимых ООО «Завод герметизирующих материалов», с различным составом наполнителей [1]. Цель проводимых работ – разработка и верификация гомогенных радиационно защитных

материалов (РЗМ) с заданным содержанием наполнителей, адаптированных к радиоактивным загрязнениям АЭС, различающимся изотопным составом. Зависимость защитных свойства РЗМ от вида и энергии ионизирующего излучения позволяет оптимизировать состав поглотителей в зависимости от конкретных условий планируемого облучения [2]. Поэтому на первом этапе проводимых работ был проведен анализ изотопного состава радиоактивных загрязнений для основных типов реакторов на разных этапах жизненного цикла (эксплуатация, ремонт, снятие с эксплуатации) для выявления характерных изотопов (определения энергий излучения). Расчетное обоснование состава поглотителей в РЗМ проводилось с использованием высокопрецизионных расчетных кодов, реализующих метод Монте-Карло [3]. Для верификации результатов расчетных исследований были проведены эксперименты по определению защитных свойств образцов защитного материала Абрис толщиной от 5 до 20 мм с содержанием барита, свинца, вольфрама от 20% до 90% по массе, изготовленных по результатам расчетов, [4].

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Выбор источников γ -излучения для проведения экспериментальных исследований проводился на основании результатов анализа изотопного состава радиоактивных загрязнений на оборудовании и трубопроводах АЭС с реакторами ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000, БН-600 [4].

При оценке возможности получения радиоактивных изотопов на исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М учитывались следующие критерии, определяющие эффективное и безопасное проведение эксперимента:

- наличие в облученном материале источника энергетических линий γ -излучения, соответствующих одному, заранее заданному радионуклиду;
- простота получения на исследовательском ядерном реакторе;
- возможность проведения измерений по определению ослабляющей способности испытываемого радиационно-защитного материала при минимальных дозовых нагрузках на персонал.

Всем этим критериям удовлетворяют нейтронно-активационные детекторы (металлические кобальт ^{59}Co , никель ^{58}Ni , золото, сплав с алюминием ^{197}Au , железо ^{54}Fe , алюминий ^{27}Al) из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10, СН-65/11). Эти детекторы применяют в

качестве средств измерения плотности потока нейтронов в активной зоне реактора.

Для наработки источников гамма-излучения (^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na) использовался «мокрый» канал исследовательского реактора ИВВ-2М. Конструкция ТВС позволяет устанавливать «мокрый» канал в полость, образованную внутренней чехловой трубой ТВС (рис.1).

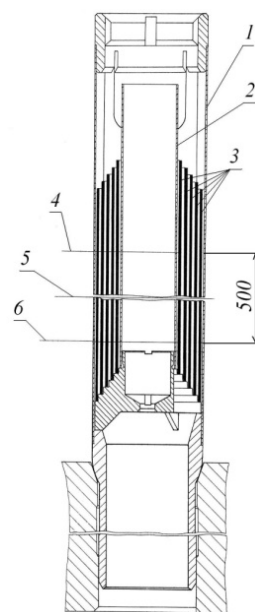


Рис. 1. Вертикальный разрез тепловыделяющей сборки ИВВ-2М: 1 – внешняя чехловая труба; 2 – внутренняя чехловая труба; 3 – тепловыделяющие элементы; 4 – верх активной зоны; 5 – центр активной зоны; 6 – низ активной зоны.

Крепление детекторов осуществлялось на специальной державке, изготовленной из алюминиевой трубки $\varnothing 6 \times 1$, которая загружалась в «мокрый канал», представляющий собой алюминиевую трубу $\varnothing 29 \times 1$ длиной 7,5 метров.

Для облучения детекторов использовались две ячейки активной зоны реактора – ячейка 4-7 и центральная ячейка 7-8 (первая цифра обозначает номер ряда, вторая – номер ячейки в этом ряду). Компоновка активной зоны реактора на момент облучения детекторов представлена на рис. 2. Облучение детекторов в реакторе производилось на мощности от 13,7 до 15 МВт.

Основные характеристики активационных детекторов из аттестованных наборов, использованных в качестве мишеней для получения источников γ -излучения, представлены в таблице 1.

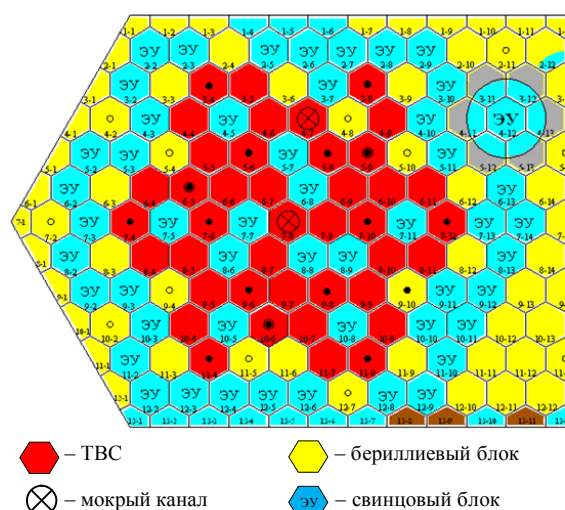


Рис. 2. Картограмма активной зоны

При облучении мишени нейтронным потоком помимо «основной» реакции, в ходе которой нарабатывается нуклид-источник, протекают «мешающие» реакции (табл. 2). Вклад в мощность дозы излучения от нуклидов, являющихся продуктами «мешающих» реакций, необходимо учитывать в процессе использования источника γ -излучения, либо выдерживать источник после облучения для снижения мощности дозы от короткоживущих «мешающих» нуклидов. Пороговые детекторы облучались в кадмиевом экране, вследствие чего отсекались «мешающие» реакции, протекающие на тепловых нейтронах [3].

В табл. 3 приведены характеристики полученных в реакторе источников.

Таблица 1.

Основные характеристики активационных детекторов

Детектор	Нуклид-мишень	Процентное содержание нуклида-мишени в детекторе, %	Масса, мг	Количество ядер нуклида-мишени
Кобальт металлический	^{59}Co	100,0	18,13	$1,870 \cdot 10^{20}$
Никель металлический	^{58}Ni	68,27	125,0	$8,758 \cdot 10^{20}$
Золото, сплав с алюминием	^{197}Au	1,011	18,0	$5,657 \cdot 10^{17}$
Железо металлическое	^{54}Fe	5,85	450,4	$2,838 \cdot 10^{20}$
Алюминий металлический	^{27}Al	100,0	38,15	$8,428 \cdot 10^{20}$

Таблица 2.

Реакции, протекающие в мишени при получении источника γ -излучения

Детектор	«Основные» реакции	Период полураспада «основных» нуклидов	«Мешающие» реакции	Период полураспада «мешающих» нуклидов	Время выдержки детекторов
Кобальт металлический	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	5,272 года	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60\text{m}}\text{Co}$	10,5 мин	1,5 ч
Никель металлический*	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	70,78 сут	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58\text{m}}\text{Co}$	9,1 ч	3 сут
Золото, сплав с алюминием	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	2,68 сут	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	14,97 ч	4,5 сут
			$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	9,45 мин	
			$^{27}\text{Al}(n, \gamma)^{28}\text{Al}$	2,24 мин	
Железо металлическое*	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	312,3 сут	$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	2,57 ч	1 сут
Алюминий металлический*	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	14,97 ч	$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	9,45 мин	1,5 ч

* – мишень облучалась в кадмиевом экране

Таблица 3.
Источники γ -излучения

Источник гамма- излучения	Основные энергетические линии γ -излучения, МэВ	Выход гамма – квантов, %
^{60}Co	1,333	100
	1,173	100
^{58}Co	1,675	0,5
	0,864	0,7
	0,811	99,4
	0,511	29,9
^{198}Au	1,088	0,2
	0,690	0,8
	0,676	1,0
	0,412	95,5
	0,080	0,6
	0,071	0,1
^{54}Mn	0,835	99,9
^{24}Na	2,754	99,9
	1,369	99,9

Для проведения измерений кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами было изготовлено специальное приспособление. Оно включает в себя: деревянную раму на ножках, к плоскости которой закреплен лист из органического стекла толщиной 3 мм; подставку под измерительный прибор; измерительный прибор (рис.3).

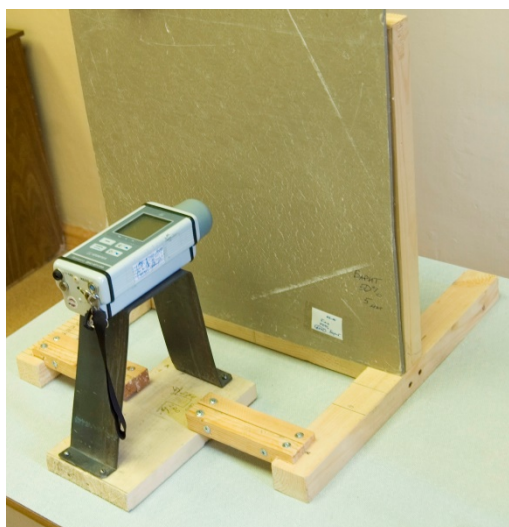


Рис. 3. Измерение мощности дозы от источника γ -излучения, закрытого защитным материалом

К центру органического стекла крепится источник γ -излучения, а высота подставки под прибор рассчитана таким образом, чтобы ось, проходящая через чувствительный элемент измерительного прибора и источник гамма-излучения, образовывала нормаль к плоскости рамы.

Вся конструкция имеет жесткое соединение и исключает самопроизвольное перемещение измерительного прибора относительно источника γ -излучения. Расстояние от чувствительной части измерительного прибора до источника γ -излучения составляет 90 мм [4].

ВЫВОДЫ

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М может нарабатывать изотопы с различными энергиями γ -излучения, соответствующими характерным радиоактивным загрязнениям реакторных установок основных типов.

Проведение экспериментальных исследований образцов гомогенного РЗМ различного состава с использованием радиоактивных изотопов позволяет верифицировать результаты расчетов их защитных свойств.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Савченкова Г.А., Артамонова Т.А., Савченков В.П., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Перспективы использования материалов серии Абрис для радиационной защиты персонала АЭС / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сборник докладов восьмой международной научно-технической конференции 23-25 мая 2012 г. – Москва: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2012. С.504-508
2. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава радиационной защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2015. № 4. С. 36-42.
3. Русских И.М., Селезнев Е.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экспериментально-теоретическое исследование органометаллических радиационно-защитных материалов, адаптированных к источникам излучения со сложным изотопным составом // Ядерная физика и инжиниринг. 2014. Т. 5. № 5. С. 449-455.
4. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органометаллических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55